

第 10 章 動力炉（軽水炉）

内容

第 10 章 動力炉（軽水炉）	209
10.1 原子力発電プラントの概要.....	212
10.2 加圧水型原子炉（PWR）	216
10.3 沸騰水型原子炉（BWR）	229

【この章のポイント】

- ・ 動力炉は、動力源として用いる原子炉であり、発電用原子炉や推進用原子炉などがある。
- ・ 発電用原子炉には、軽水を減速材および冷却材として使用する軽水炉が主に用いられる。
- ・ 軽水炉は、主に加圧水型原子炉（PWR）と沸騰水型原子炉（BWR）に分類される。

本章では、動力炉（軽水炉）の概要を示す。

動力炉（power reactor）とは、原子炉で発生するエネルギーを利用する目的の原子炉のことである。

動力炉を利用目的で分類すると、実用炉と開発試験炉に分けられ、さらに実用炉は、発電用原子炉・推進用原子炉・熱源用原子炉に分類される。発電用原子炉は、その名前のごとく発電を目的とした原子炉である。推進用原子炉は、船舶や宇宙船などの推進力を得るための動力源として利用される原子炉である。熱源用原子炉は、海水淡水化や暖房、水素製造、製鉄、化学プラントにおいて熱源として利用される原子炉である。

動力炉を利用する中性子エネルギーで分類すると、熱中性子炉と高速中性子炉（高速炉）に分けられる。熱中性子炉は、核分裂により発生した運動エネルギーの高い中性子を、減速材との衝突により低いエネルギー（熱エネルギー）領域まで減速させ、熱中性子により核分裂の連鎖反応を持続させる原子炉である。その一方で、高速炉は、核分裂により発生した高速中性子を、減速させることなく核分裂の連鎖反応に利用する原子炉である。現在稼働中の発電用原子炉のほとんどが熱中性子炉である。

動力炉を減速材の種類で分類すると、軽水減速炉・重水減速炉・黒鉛減速炉に分けられる。軽水（ H_2O ）は、中性子を吸収する特性があるため、軽水減速炉は、天然ウラン燃料では臨界とはならず、U-235を濃縮した濃縮ウランを燃料として用いる。その一方で、重水（ D_2O ）や黒鉛は中性子の吸収が少ないため、重水減速炉や黒鉛減速炉では天然ウランを燃料として利用できる。現在稼働中の発電用原子炉のほとんどが軽水減速炉である。

動力炉を冷却材の種類で分類すると、軽水冷却炉・重水冷却炉・ガス冷却炉・液体金属冷却炉に分けられる。軽水減速炉や重水減速炉では、それぞれ減速材として用いている軽水・重水を冷却材としても利用することが多い（軽水冷却炉・重水冷却炉）。ガス冷却炉では、ヘリウムガスや炭酸ガスが冷却材として使用される。高速炉では中性子の減速を避けるためにナトリウムなどの液体金属が用いられることが多い（液体金属冷却炉）。現在稼働中の発電用原子炉のほとんどが軽水冷却炉である。

本章で焦点を当てる**軽水炉（Light Water Reactor: LWR）**は、発電用原子炉として世界で広く使用されている軽水減速・軽水冷却の熱中性子炉を指す。軽水炉は、発電用タービンを回すための蒸気を発生させる仕組みの違いにより、**加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor: PWR）**と**沸騰水型原子炉（Boiling Water Reactor: BWR）**の2種類に分けられる。

10.1節では、PWRとBWRで共通な原子力発電プラントの概要を示す。10.2節と10.3節では、それぞれPWRとBWRについて概略をまとめる。

10.1 原子力発電プラントの概要

【この節のポイント】

- ・ 原子力発電プラントでは、核分裂で発生するエネルギーにより蒸気を発生させ、タービンを回すことで発電する。
- ・ 軽水炉で使用される燃料棒は、主に二酸化ウランの焼結ペレットをジルコニウム合金製の被覆管に詰めたものである。
- ・ 原子炉の炉心は、燃料棒を正方状に束ねた燃料集合体を円柱状に配置することで構成される。

本節では、原子力発電プラントの概要を示す。

原子力発電は、火力発電のボイラの代わりに原子炉を利用したものと考えてよい。原子力発電は、火力発電と同様に、蒸気をタービンに送り、タービンを回すことで発電する。原子力発電と火力発電の最大の違いは、発電用タービンに供給する蒸気の発生方法である。火力発電では、石油・石炭・天然ガスなどの化石燃料を燃やし、化学反応により生じるエネルギーを利用して蒸気を発生させる。原子力発電では、ウランやプルトニウムの核分裂により生じるエネルギーを利用して蒸気を発生させる。

原子力発電で使用される燃料は**原子燃料**または**核燃料 (nuclear fuel)**と呼ばれる。原子燃料は、化石燃料と比較してエネルギー密度が桁違いに高く、発電電力量あたりの必要な燃料重量は、石油・天然ガス・石炭などの化石燃料を用いる火力発電と比較して、およそ 10 万分の 1 程度と大幅に少ない。このため、原子力発電は燃料の運搬や貯蔵の面で優れているといえる。また、化石燃料を使用する火力発電とは異なり、原子力発電では燃料の燃焼に伴い二酸化炭素が発生しないため、発電電力量あたりの二酸化炭素排出量は、火力発電に比べ大幅に少ないという特徴もある。一方、安全に関する厳格な配慮や運転に伴って発生する高レベル放射性廃棄物の取り扱いなどの課題もある。

以下に、PWR と BWR で共通な軽水炉プラントの主な構成要素を示す。

(1) 原子燃料（核燃料）

原子炉で核分裂によってエネルギーを発生するものが原子燃料（核燃料）である。原子燃料としては、ウランやプルトニウムなどの核分裂性物質が使用される。軽水炉では、融点が高く、燃焼に対しても安定であるセラミック燃料が使用されており、二酸化ウラン (UO_2) や二酸化プルトニウム (PuO_2) などの酸化物燃料が一般的である。ウランは U-235 の存在割合を天然ウラン中の 0.7 wt% から 3~5 wt% 程度に濃縮して用いる。

(2) 燃料ペレット

二酸化ウランをペレット状に焼結し、**燃料ペレット (fuel pellet)** とする。燃料ペレットは直径と高さがそれぞれ 1 cm 程度の円柱形状である。核分裂により生成した核分裂生成物 (Fission Products: FP) のうち、希ガスの一部はペレット中を拡散してペレット外へ出るが、

それ以外の核種は大部分がペレット内に留まるため、燃料ペレットはFPの保持機能も有する。

(3) 燃料棒

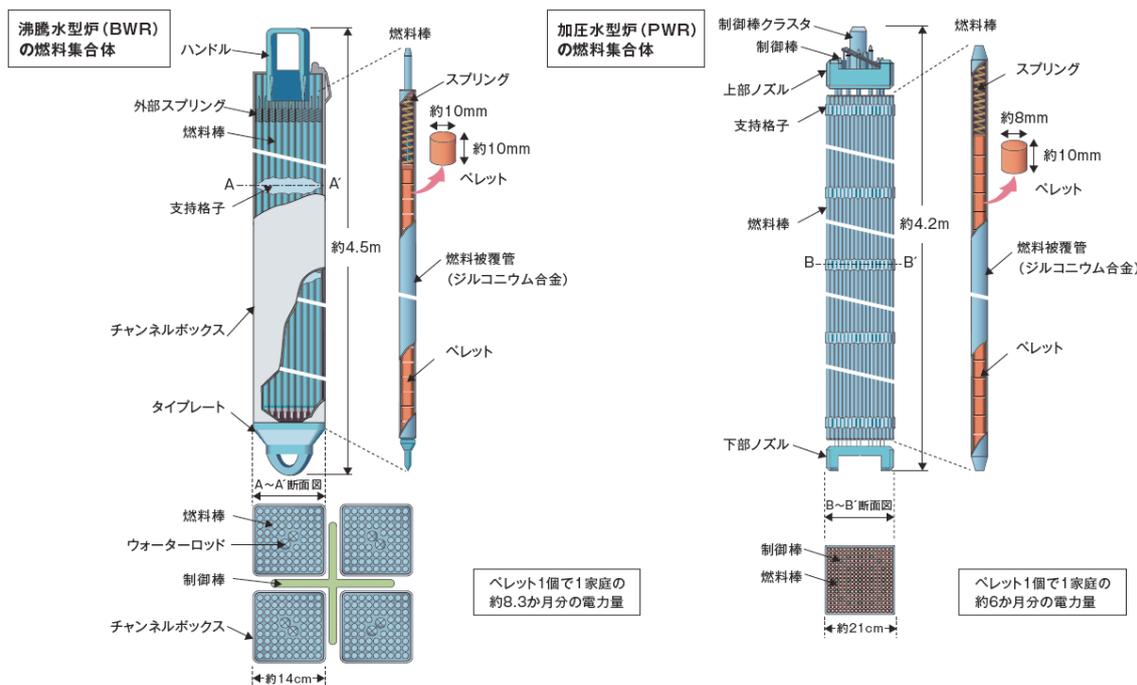
燃料ペレットを**被覆管 (cladding)** に詰めて**燃料棒 (fuel rod)** とする。新燃料時点では、燃料ペレットと被覆管の間には適切な隙間 (ギャップ) が設けられており、燃料ペレットの熱膨張やスエリング (FP ガスの蓄積による膨らみ) などにより被覆管に過度の変形 (ひずみ) が生じないようにしている。また、燃料棒の上部にはプレナムと呼ばれるガス溜めが設けられており、FP ガス放出を考慮した燃料棒設計により FP は被覆管内に密封される。

(4) 被覆管

軽水炉の被覆管には、中性子による核分裂連鎖反応の観点から、熱中性子の吸収断面積が小さい物質が望ましいため、ジルコニウムにわずかに他の元素を添加したジルコニウム合金が用いられる。ジルコニウム合金は、冷却材に対する耐食性や燃料との共存性も良好で、適度な機械的性質も有している。

(5) 燃料集合体

燃料棒を正方格子状に並べて組み立てたものを**燃料集合体 (fuel assembly)** と呼ぶ。原子炉への燃料の装荷は、燃料集合体単位で行う。PWR と BWR では 1 つの燃料集合体として束ねる燃料棒の本数などが異なる。PWR と BWR の燃料集合体の概略を図 10-1 に示す。



(6) 減速材

核分裂によって生じたエネルギーの高い高速中性子をエネルギーの低い熱中性子に減速するために使用するのが**減速材（moderator）**である。減速材としては、中性子の速度を落とす減速能力が優れ、かつ、中性子の吸収が少ない物質が好ましい。軽水炉では減速材として軽水が用いられる。ただし、軽水は中性子の吸収が比較的大きいため、天然ウランのみでは臨界になりえず、濃縮ウラン燃料を必要とする。

(7) 冷却材

核分裂により発生した熱エネルギーを原子炉から取り出すのに使用されるのが**冷却材（coolant）**である。冷却材は比熱や蒸発潜熱が大きく、熱伝達能力が優れているとともに、中性子吸収が少ないものでなくてはならない。軽水はその特性が良く知られており、取り扱いが容易で安価であることから優れた冷却材であり、軽水炉で用いられている。

(8) 制御材

原子炉を安全に運転するためには、炉内の中性子増倍率を調整して核分裂の数を制御する必要がある。また、炉内の出力分布を制御する必要があるため、**制御材（control material）**が用いられる。制御材には、ほう素、カドミウム、ハフニウムなどのように中性子の吸収断面積が大きい物質が用いられる。制御材は、制御棒や可燃性毒物、冷却材中に溶かすケミカルシムの形で使用される。

(9) 炉心

燃料集合体・減速材・冷却材・制御材などで構成される原子炉の中心部分を**炉心（core）**と呼ぶ。原子燃料は燃料集合体を1つの単位として、炉心内に規則的な格子状に配置されている。軽水炉では正方格子状に数百体の燃料集合体が配置されている。炉心の形状が円柱状なのは、四角柱状に炉心を構成した場合と比較して、炉心体積当たりの表面積が小さく、炉心から漏れる中性子の割合が小さくなり、中性子を効率的に利用することができるためである。

(10) 反射体

高速中性子や熱中性子が炉心の外部に漏れ出る量を減らすため、炉心の周りを取り囲み、漏れ出る中性子を炉心へ戻す役割を果たすのが**反射体（reflector）**である。一般的に、反射体としては減速材と同様の物質、すなわち、軽水炉では軽水が使用される。反射体を用いると、中性子を有効利用できるとともに、炉心周辺部の中性子束を増大させることができる。

(11) 遮蔽材

原子カプラントを運転すると、必ず原子炉の中から中性子やγ線など各種放射線が出てくる。この放射線は人体に悪影響を及ぼすため、これを遮るため遮蔽壁を設ける。通常、原

子炉の外側には遮蔽材としてコンクリートが用いられる。

(12) タービン

タービンは、蒸気発生器で発生した蒸気の保有しているエネルギーを回転エネルギーに変換し、発電機により電気エネルギーとして取り出すための設備である。原子力発電プラントの蒸気タービンには、供給される蒸気が飽和湿り蒸気で、その圧力が低く流量が多いという特徴がある。このため、タービンは大型になり、半速化（回転数が火力機の半分）している。

PWR と BWR に固有の事項は、それぞれ 10.2 節および 10.3 節で述べる。

10.2 加圧水型原子炉（PWR）

【この節のポイント】

- ・ PWR では、約 150 気圧に加圧された冷却材を用いており、通常の運転条件においては、炉心内で冷却材は沸騰せず、蒸気が発生していない。
- ・ PWR の燃料集合体は、主に 17×17 型燃料集合体が用いられており、燃料棒毎の濃縮度分布は均一である。

本節では、PWR の概要を示す。PWR は、日本においては BWR と同程度の基数が利用されており、世界においては BWR の 3 倍程度の基数が利用されている[1]。

図 10-2 に PWR プラントの概略を示す。PWR は、原子炉内の核燃料が核分裂することにより発生した熱を一次冷却材に与え、それを蒸気発生器において二次冷却材に伝えることにより二次冷却材を蒸気に変え、その蒸気をタービン発電機に導き発電する発電用原子炉である。PWR は、炉心で発生するエネルギーを取り出す際に、原子炉内では水を沸騰させないために加圧していることから加圧水型と呼ばれる。原子炉内で核分裂のエネルギーにより高温となった高圧の水（一次冷却材）は、蒸気発生器に導かれ、蒸気発生器の伝熱管（細管）を通してより低圧の別の水（二次冷却材）に熱を伝え、熱を受け取った水を蒸気に変える。この蒸気がタービンを回転させ、発電する。原子炉を冷却する水の系統を一次系、タービンを回転させる水の系統を二次系と呼ぶ。蒸気発生器の伝熱管（細管）により、放射性物質を含む一次系と放射性物質を含まない二次系は隔離されている。

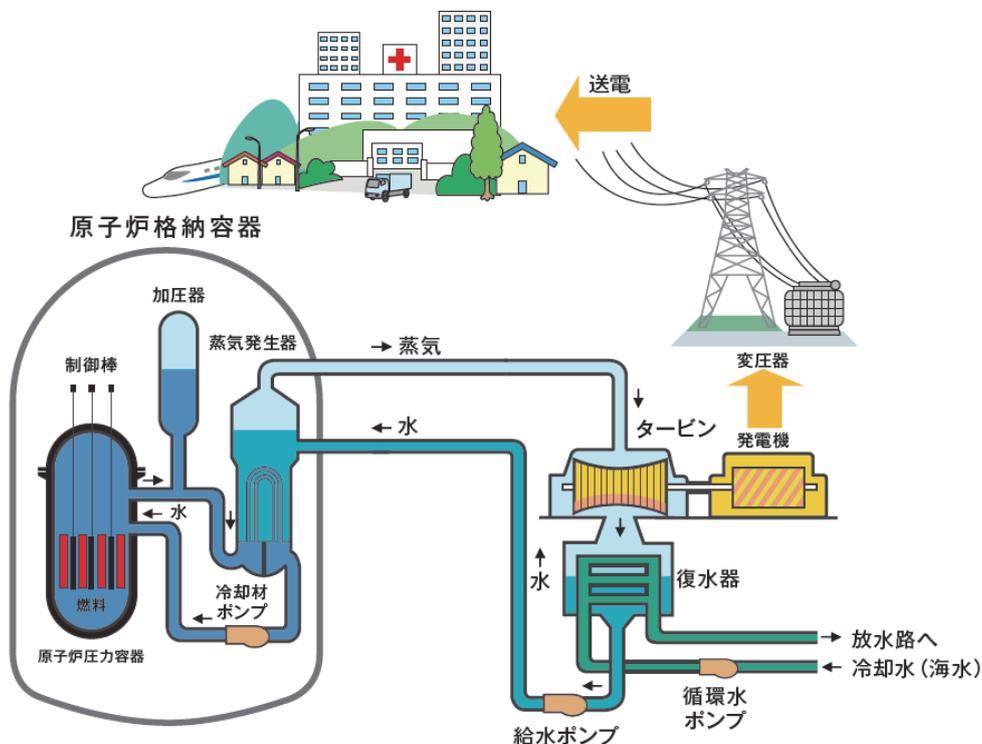


図 10-2 PWR プラントの概略[2]

(1) 炉心

PWR の炉心を構成する燃料集合体の体数は、プラントのループ数によって異なる。蒸気発生器 1 基を含む一次冷却材の回路をループと呼び、その数（ループ数）は原子炉の熱出力規模に対応する。燃料集合体の体数は、典型的な 2、3、4 ループプラントで、それぞれ 121、157、193 となっている。ここでは、より大型の改良型 PWR (Advanced Pressurized Water Reactor: APWR) を例として炉心の水平断面の概略を図 10-3 に示す。なお、APWR のループ数は 4 で、炉心に装荷される燃料集合体は 257 体となっている。

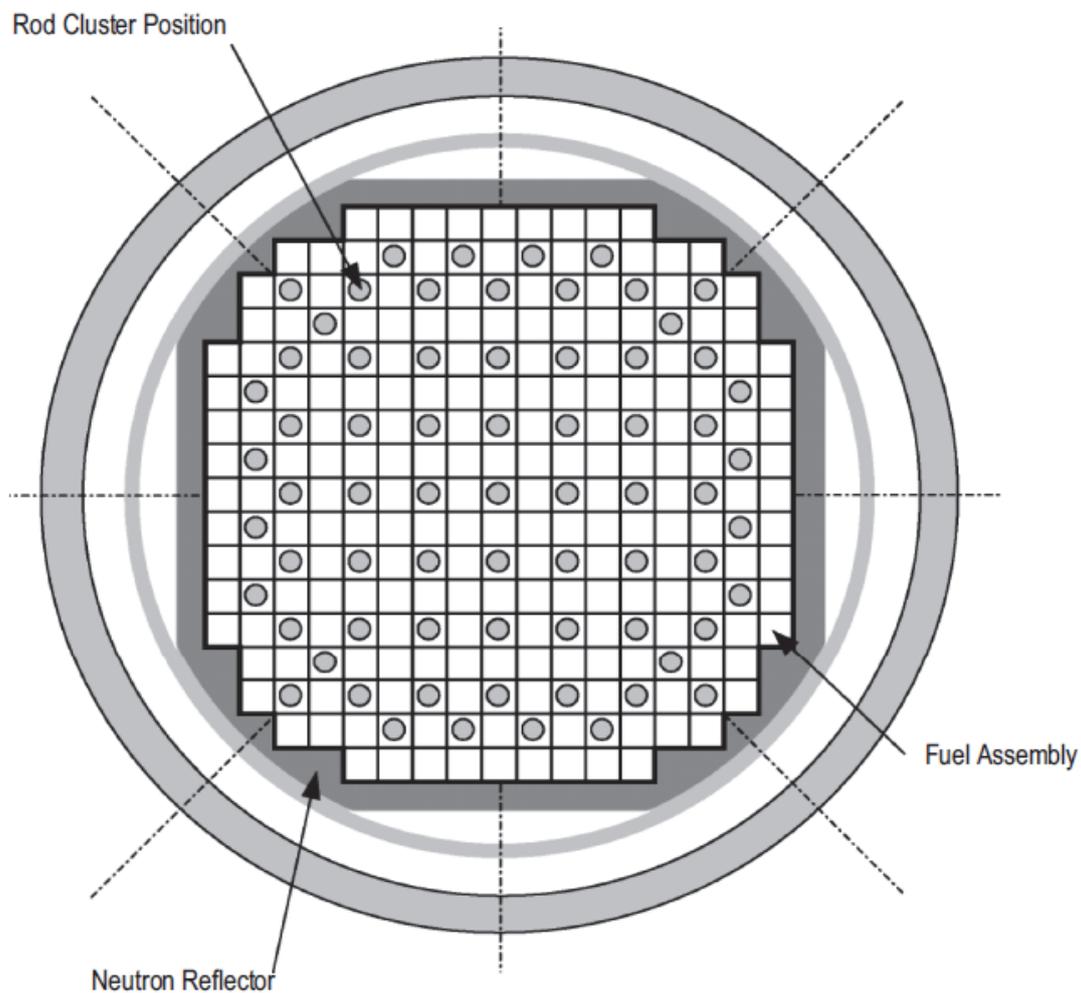


図 10-3 PWR 炉心の概略 (APWR の例) [3]

(2) 燃料集合体

PWR で用いられる燃料集合体の概略を図 10-4 に示す。PWR では、主に燃料棒を 17 行 17 列に束ねた 17×17 型燃料集合体がいられる。なお、14×14、15×15 型燃料集合体も一部の古いプラントでは用いられている。PWR 燃料集合体では同一濃縮度の燃料棒が用いられており、集合体内では燃料棒毎の濃縮度分布はない。また、PWR 燃料集合体では、後述する BWR 燃料集合体で採用されているチャンネルボックスがないため、燃料集合体間の冷却材の流路がオープンである。PWR 燃料集合体内の燃料棒配置を図 10-5 に示す。中心に計測装置を挿入するガイド管（図中、Instrumentation guide tube）が配置され、複数の制御棒のためのガイドシンブル（同、RCC guide thimble）や可燃性毒物を含んだ燃料（同、Gadolinia integral fuel rod）が通常の燃料棒（同、Standard fuel rod）とともに配置されている。

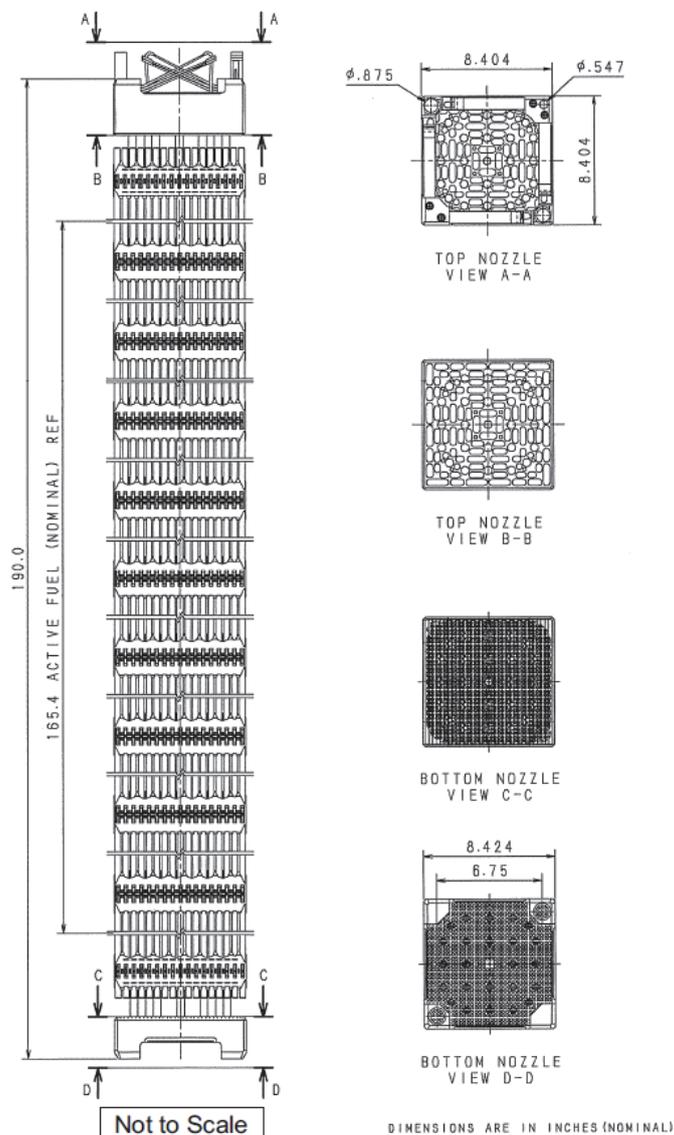


図 10-4 PWR 燃料集合体の概略[3]

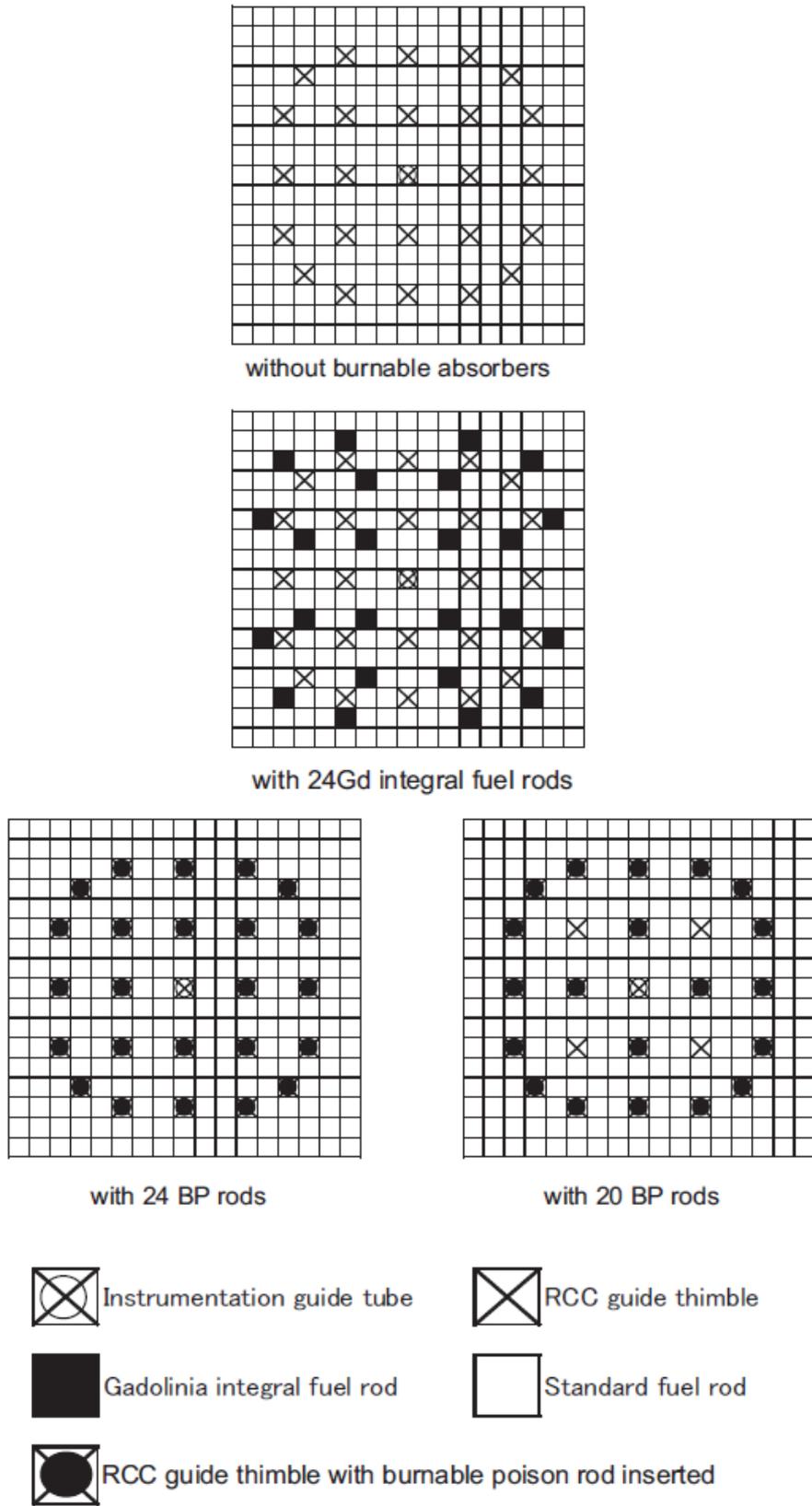


図 10-5 PWR の 17×17 型燃料集合体における燃料棒配置の概略[3]

(3) 制御棒

PWR の制御棒はクラスタ状であり、各制御棒が燃料集合体に上部から直接挿入される。1 本の制御棒は燃料棒とほぼ同じ長さのステンレス製の被覆材に中性子吸収材を充填したもので、燃料棒とほぼ同じ径である。中性子吸収体の材質は、銀-インジウム-カドミウム（それぞれ 80、15、5 wt%）の合金である。制御棒は、原子炉容器上蓋に取り付けた制御棒駆動装置により駆動する。制御棒の概略を図 10-6 に示す。

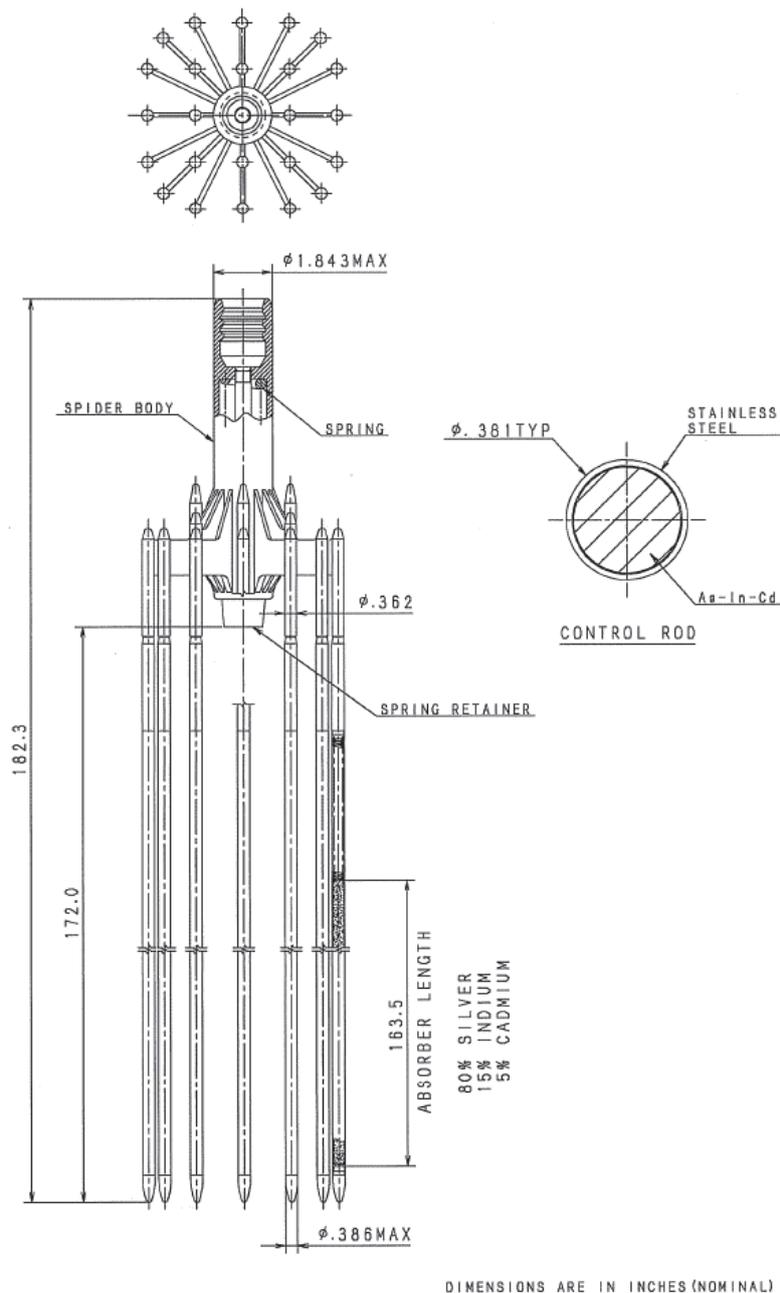


図 10-6 PWR 制御棒の概略[3]

(4) 一次冷却設備

PWR の一次冷却設備は、炉心で発生した熱を蒸気発生器に伝える機能を持ち、原子炉容器を出た一次冷却材が蒸気発生器まで流れて一次系側から二次系側に熱を伝えた後、一次冷却材ポンプを経て原子炉容器に戻るといった循環ループからなっている。原子炉容器と蒸気発生器、一次冷却材ポンプは一次冷却材管により接続され、1つのループを形成する。前述したように、原子炉の出力規模によって用いられるループ数は異なる。4ループ PWR における一次冷却系ループの概略を図 10-7 に示す。一次冷却設備は、原子炉容器（図 10-7 中の REACTOR VESSEL）・蒸気発生器（同 STEAM GENERATOR）・一次冷却材ポンプ（同 REACTOR COOLANT PUMP）・加圧器（同 PRESSURIZER）などで構成されている。

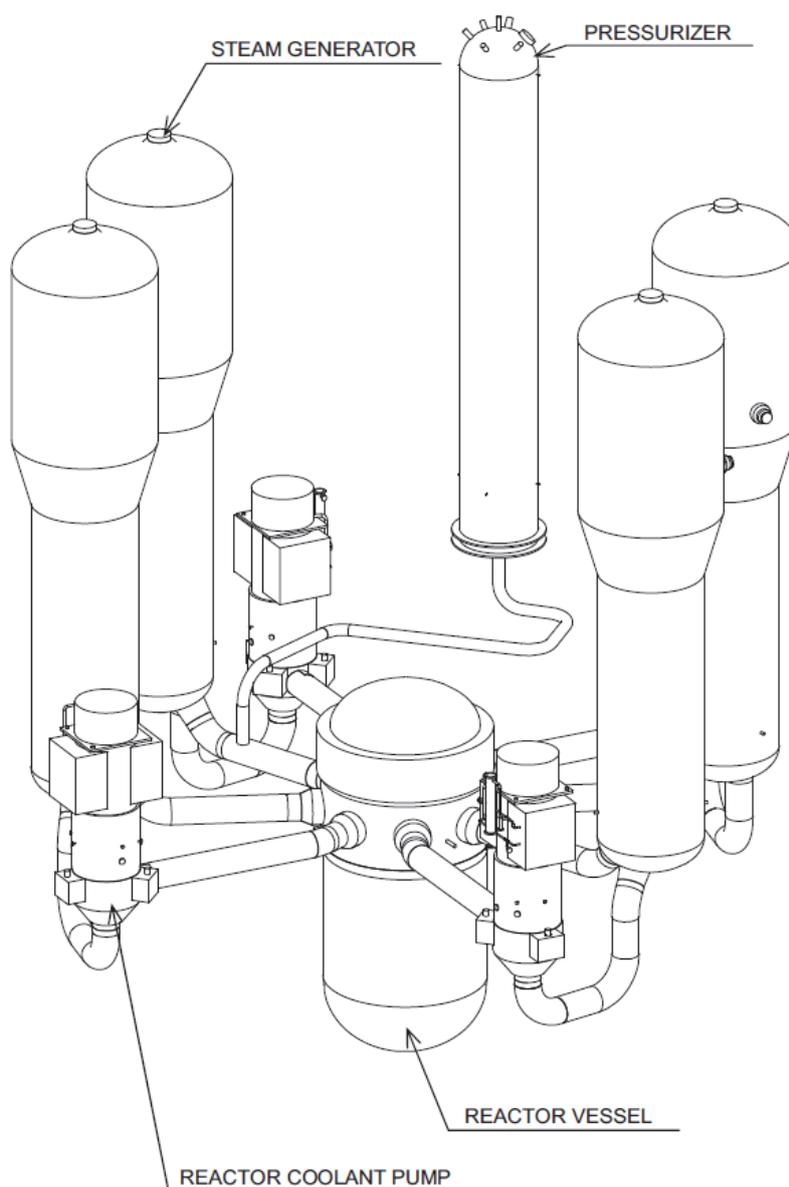


図 10-7 一次冷却系ループの概略[3]

(5) 原子炉容器

PWR プラントにおける原子炉容器内の構造の概略を、APWR を例として図 10-8 に示す。PWR の**原子炉容器（reactor vessel）**は、胴部が円筒で、底部と上蓋が半球形となっている。上蓋はフランジ構造で原子炉容器の胴部にボルトとナットで取り付けられており、取り外しができる。大きさは、4 ループ PWR で直径 4 m、高さ 13 m 程度、APWR で直径 5 m、高さ 14 m 程度である。原子炉容器は、炉心と炉心の支持構造物を収納し、通常運転時の高温・高圧状態、異常時の過渡変化、さらに中性子の照射による材質脆化などに対しても、原子炉冷却材を閉じ込めて圧力を保つ、冷却材圧力境界（バウンダリ）としての機能を十分に果たすように設計されている。原子炉容器内は一次冷却材で満たされており、BWR とは異なり自由液面はない。原子炉容器内における一次冷却材の流れを図 10-9 に示す。

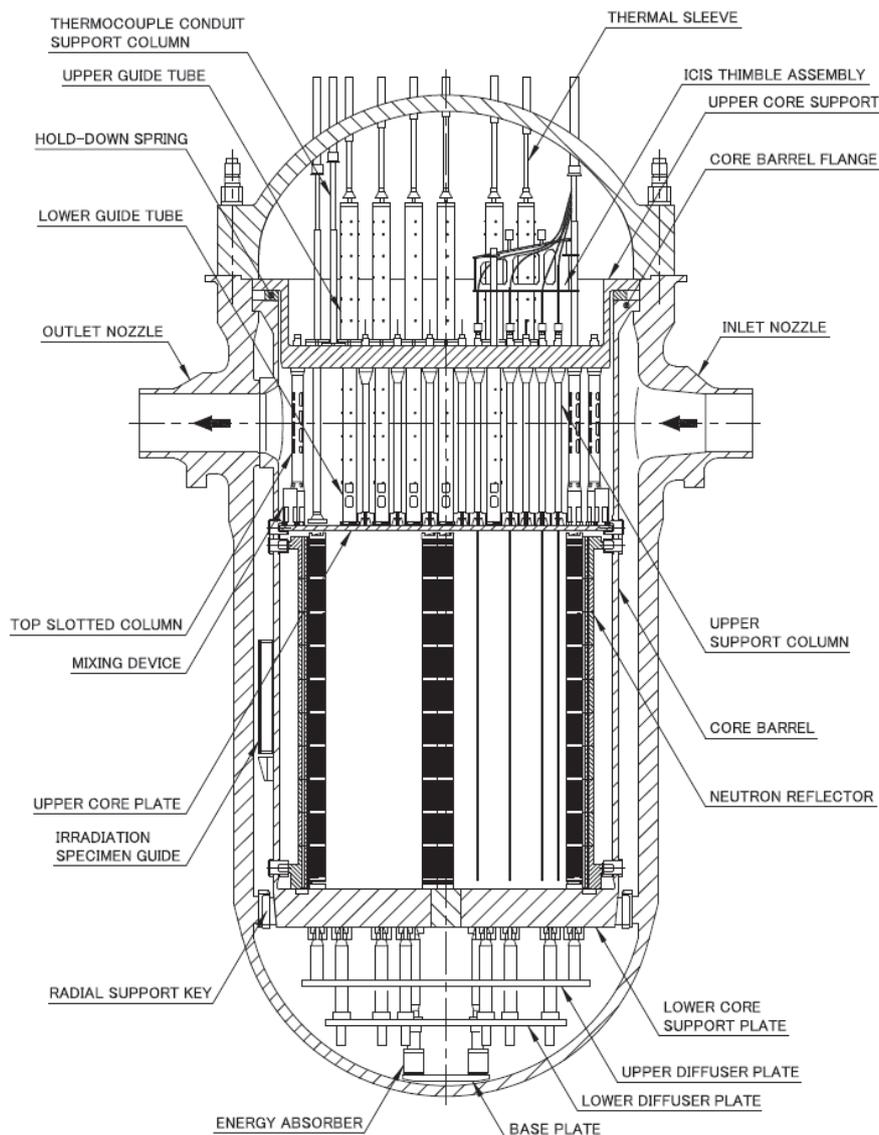


図 10-8 PWR 容器内構造の概略（APWR の例） [3]

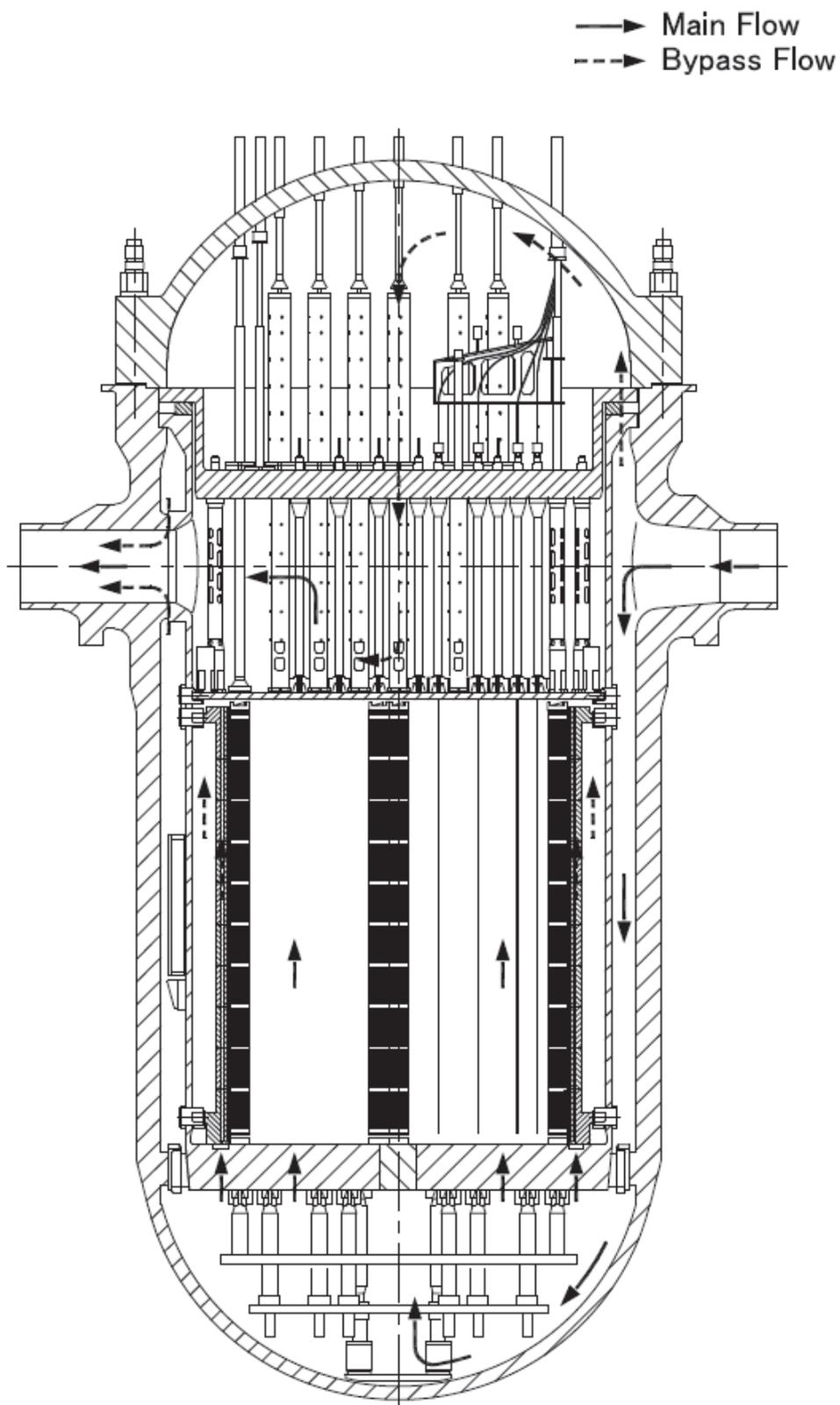


図 10-9 原子炉容器内における一次冷却材の流れの概略[3]

(6) 一次冷却材ポンプ

一次冷却材ポンプ（primary pump）は、炉心冷却に必要な一次冷却材を高温・高圧で循環させる。蒸気発生器を出た水は、一次冷却材ポンプを通り、原子炉圧力容器に戻される。上部にフライホイールを配置し、ポンプ電源喪失時の冷却材流量の低下を穏やかにしている。一次冷却材ポンプの概略を図 10-10 に示す。

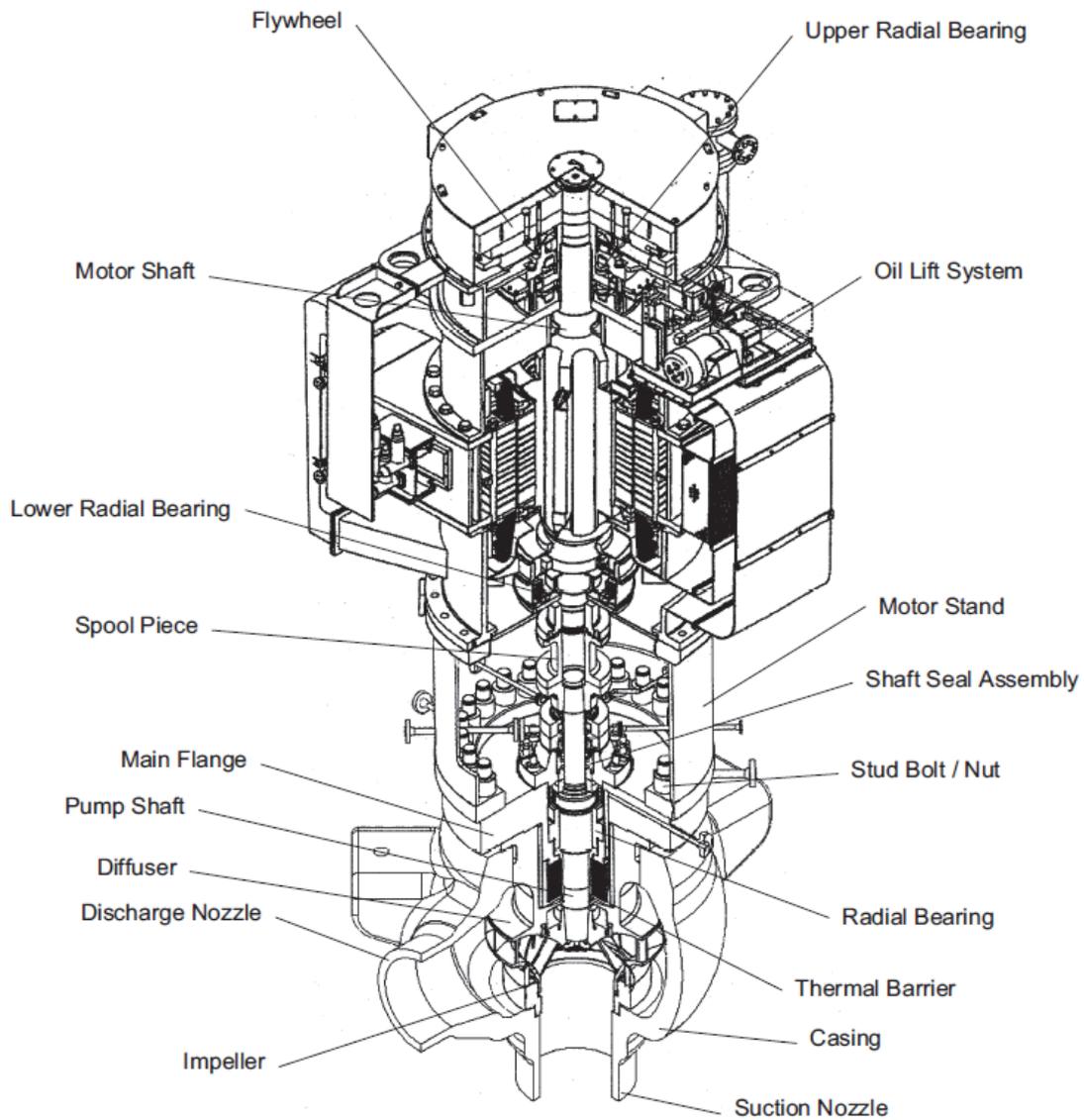


図 10-10 一次冷却材ポンプの概略[3]

(7) 加圧器

加圧器 (pressurizer) の概略を図 10-11 に示す。加圧器は、一次冷却系の圧力を一定に維持するための機器で、電気ヒータ (図 10-11 中の HEATERS) ・スプレー弁 (同 SPRAY NOZZILE) ・逃がし弁 (同 SAFETY VALVE NOZZLE) などにより圧力を制御する。円筒形の容器で、下側が高温側 (原子炉から蒸気発生器へ一次冷却材が供給される側) の一次冷却材管と接続されており、加圧器内部には気相部が形成されている。

一次冷却系の圧力を上昇させたいときには、電気ヒータにより加圧器内の水を加温し、加圧器の気相部に蒸気を供給する。逆に、圧力を下降させたいときには、低温側の一次冷却材管の水を気相部にスプレーすることで蒸気を凝縮させる。スプレーによる圧力抑制の範囲を超えると、逃がし弁や安全弁により加圧器内 (すなわち一次冷却系) の蒸気を加圧器逃がしタンクに排出し、圧力を抑制する。

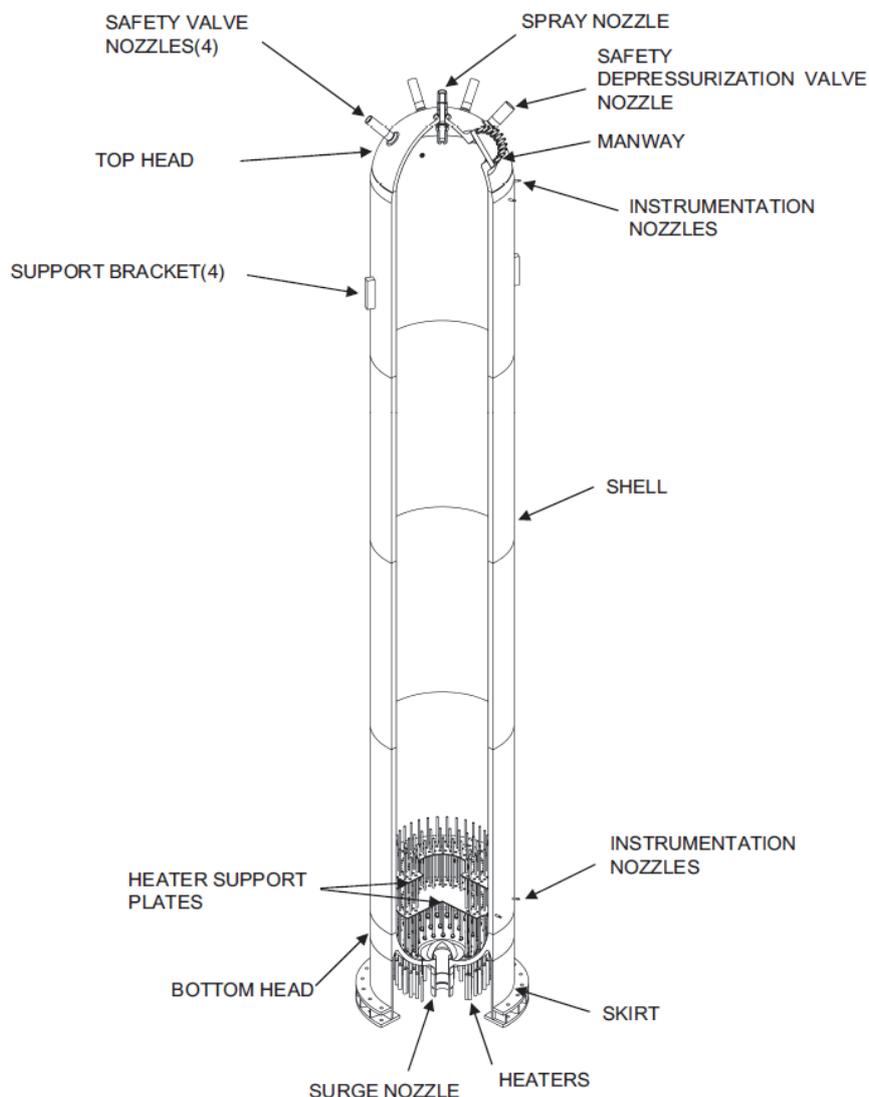


図 10-11 加圧器の概略[3]

(8) 蒸気発生器

蒸気発生器（steam generator）は、立置 U 字管再循環式の熱交換器であり、一次側水室・逆 U 字形伝熱管部・二次側気水分離部から構成されている。その概略を図 10-12 に示す。原子炉容器からの高温・高圧の一次冷却材は、仕切り板で区切られた下部水室から逆 U 字形伝熱部を通り、伝熱管を通じて、二次側の水を沸騰させ、下部水室のもう一方から原子炉容器に戻る。また、その伝熱管は一次系と二次系の境界を形成している。二次側上部の気水分離部には、気水分離器（図 10-12 中の Primary separators）と湿水分離器（同 Secondary separators）が配置される。

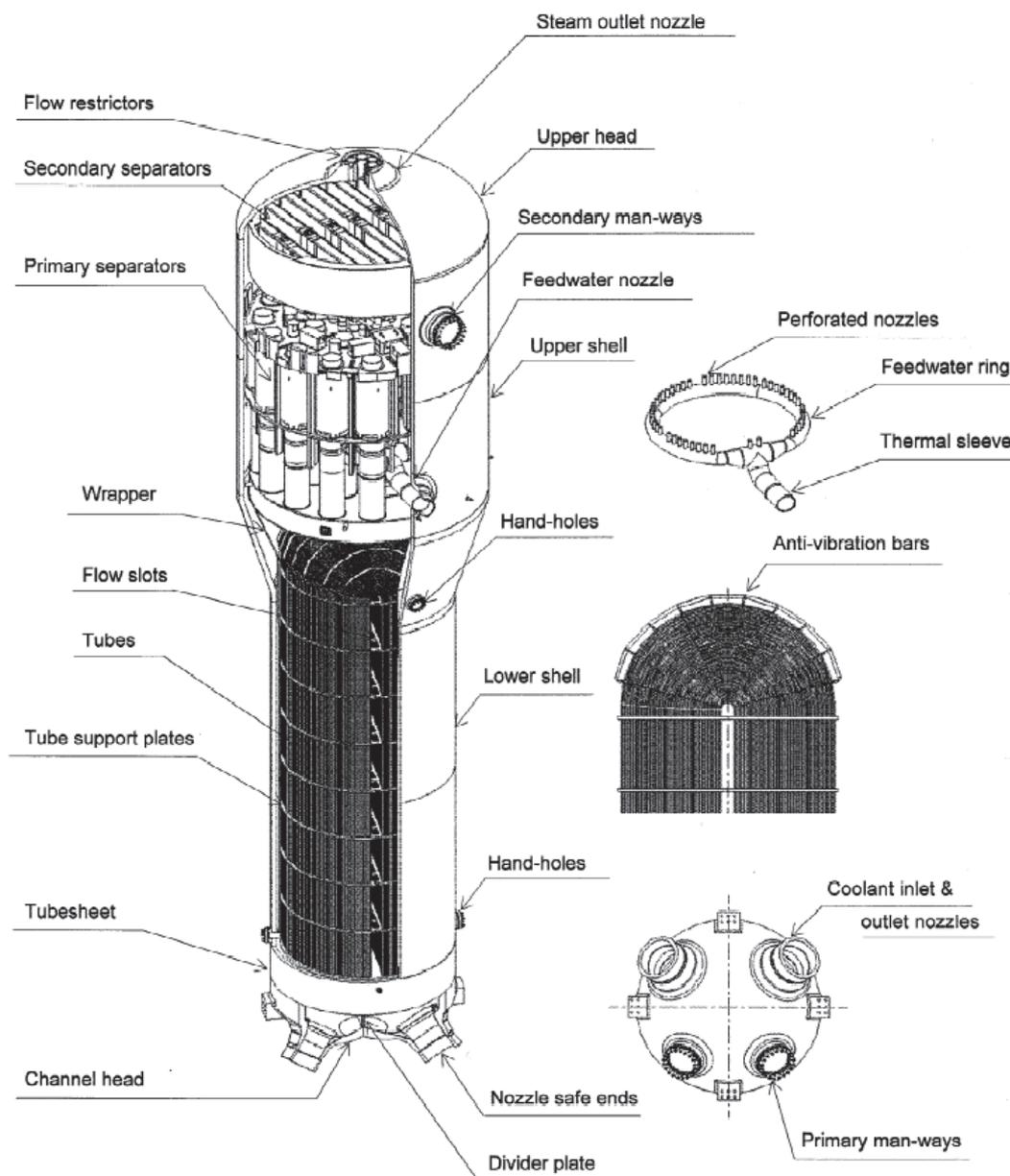


図 10-12 蒸気発生器の概略[3]

(9) 化学体積制御設備

PWR の一次冷却系は、完全な閉サイクルであるので、一次冷却系の圧力を一定に保つため、温度変化により生じる冷却材の体積変化に応じて一次冷却系の保有水量を調整する必要がある。また、炉心の反応度を制御するため、一次冷却材中のほう素濃度を調整する必要がある。化学体積制御設備はこれらの役割を担うとともに、一次冷却材の水質維持（pH 調整、酸素濃度制御）、一次冷却材の漏えい時の補給、一次冷却材中の水素濃度および希ガスの除去の機能も有する。

(10) 原子炉格納容器

原子炉格納容器 (reactor containment vessel) は、事故時に原子炉の一次系設備から放出される放射性物質などの有害な物質の漏えいを防止するために設けられている。一次冷却材喪失事故時などに圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終障壁（格納容器バウンダリ）を形成する。その概略を図 10-13 に示す。PWR の原子炉格納容器には、原子炉容器を中心とする一次系設備の全ての機器が格納されている。

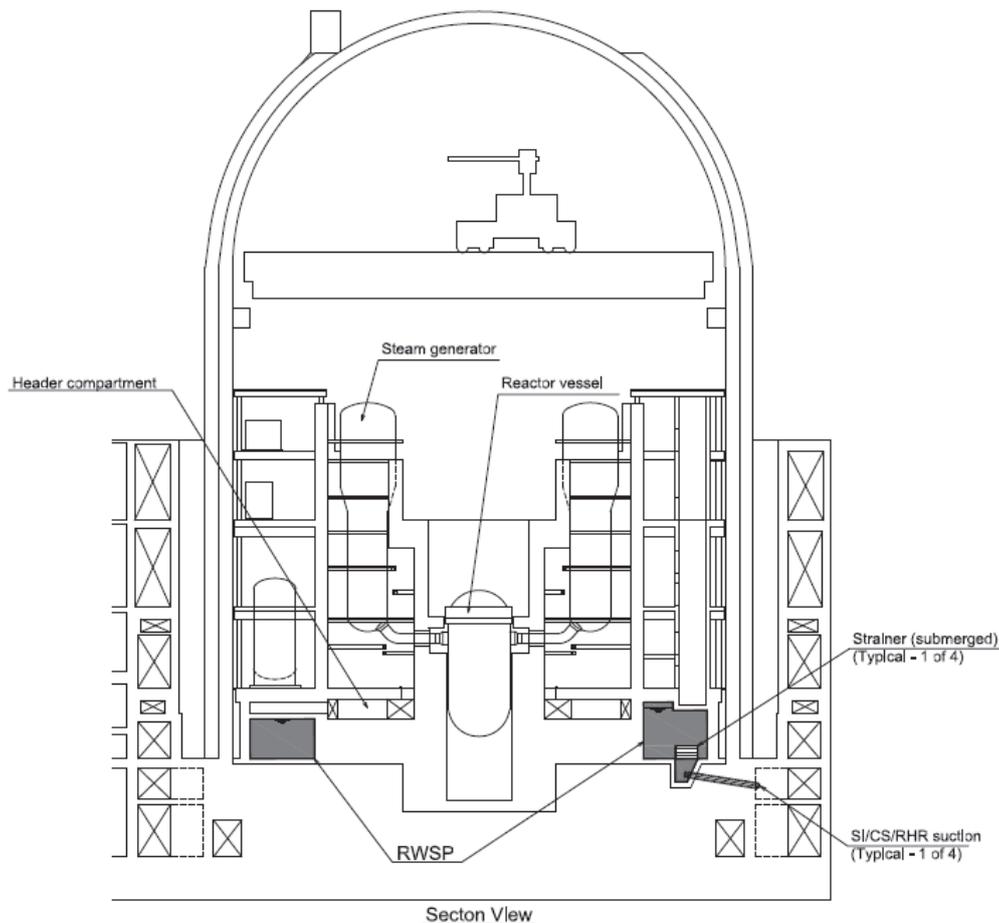


図 10-13 PWR 原子炉格納容器の概略[3]

(11)タービン設備

PWR の蒸気タービン設備は、非放射性の系統設備で構成されるため、建屋は非管理区域であり、放射線遮蔽は不要である。

10.3 沸騰水型原子炉（BWR）

【この節のポイント】

- ・ BWR では、約 70 気圧に加圧された冷却材を用いており、通常運転条件においては、炉心内で冷却材が沸騰し、蒸気（ボイド）が発生している。
- ・ BWR の燃料集合体は、国内では主に 8×8、9×9 型、海外では主に 10×10 型の燃料集合体が用いられており、燃料棒毎の濃縮度分布は非均一である。

本節では、BWR の概要を示す。BWR は、日本においては PWR と同程度の基数が利用されており、世界においては PWR の 3 分の 1 程度の基数が利用されている[1]。

図 10-14 に BWR プラントの概略を示す。BWR は、原子炉圧力容器内で冷却材を沸騰させて蒸気を生じさせ、直接タービン発電機に導き発電する原子炉である。BWR は、原子炉内で直接冷却材を沸騰させることから沸騰水型と呼ばれる。PWR とは異なり、蒸気を生じさせるための熱交換器を必要としないことから、比較的単純な機器構成となる。

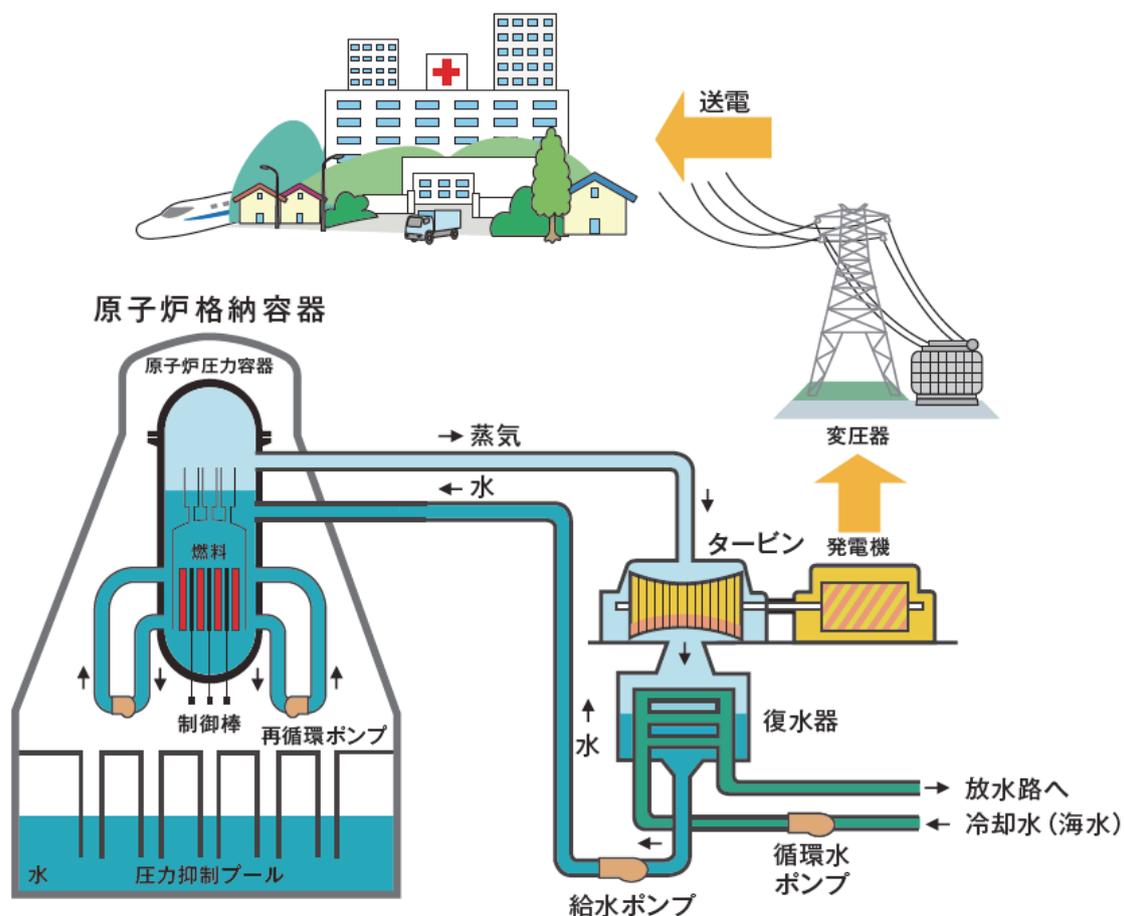


図 10-14 BWR プラントの概略[2]

(1) 炉心

BWR の炉心では、冷却材が沸騰しボイド（蒸気泡）が発生している。定格出力運転時の炉心平均ボイド率（ボイドが冷却材に占める体積割合）は 40%程度である。炉心に装荷される燃料集合体の体数は、電気出力 1,100 MW 級の BWR で 764 体、電気出力 1,350 MW 級の改良型 BWR（Advanced Boiling Water Reactor: ABWR）で 872 体となっている。燃料集合体のサイズが小さいこともあり、同程度の出力の PWR よりも燃料集合体の装荷体数が多い。ABWR を例として、炉心の水平断面の概略を図 10-15 に示す。

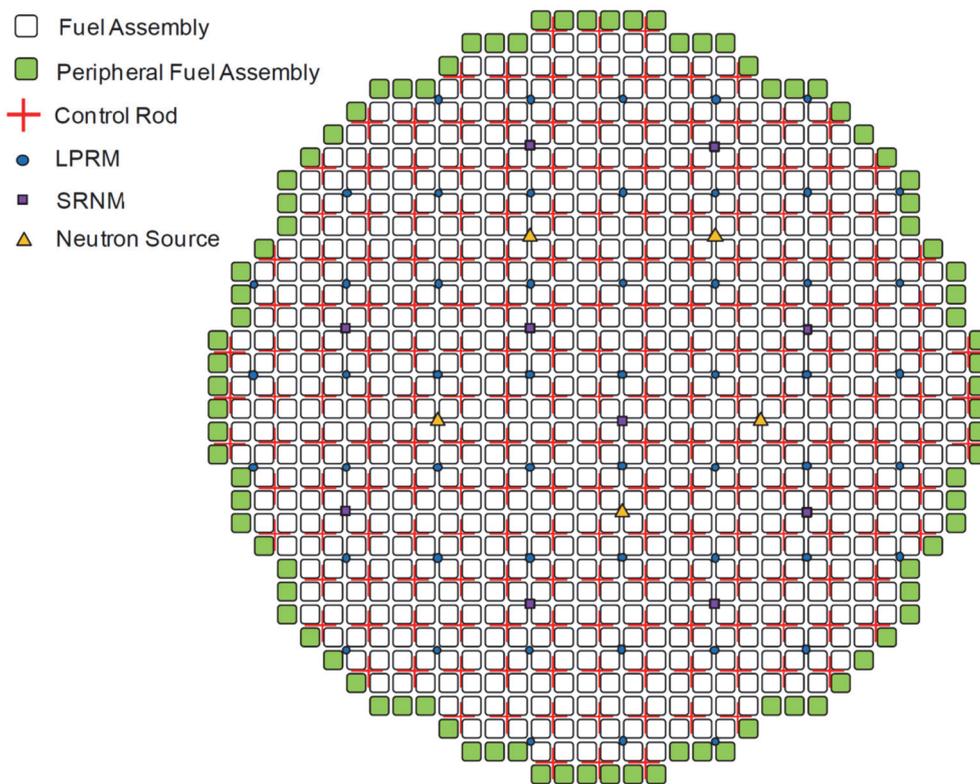


図 10-15 BWR 炉心の概略（ABWR の例） [4]

(2) 燃料集合体

BWR で用いられる燃料集合体の概略を図 10-16 に示す。BWR では、国内では主に燃料棒を 8 行 8 列、9 行 9 列に束ねた 8×8、9×9 型燃料集合体がいわれているが、海外では主に 10×10 型燃料集合体がいわれている。BWR の燃料集合体は外周がチャンネルボックスで覆われているため、集合体間での冷却材のやりとりがないなど、各燃料集合体の独立性が高い。また、PWR 燃料とは異なり、燃料集合体内で濃縮度の異なる燃料棒がいわれており、濃縮度分布が非均一である。BWR 燃料集合体内の燃料棒配置を図 10-17 に示す。

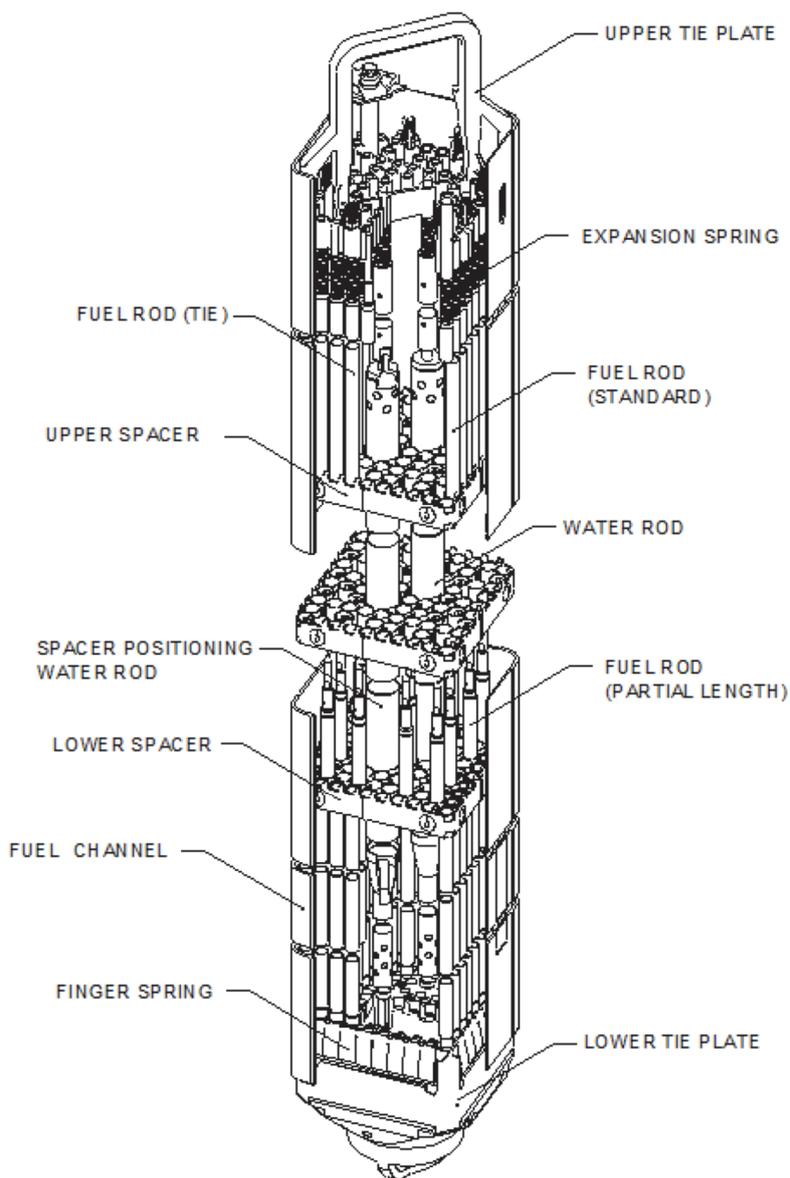


図 10-16 BWR 燃料集合体の概略 (10×10 型燃料集合体の例) [4]

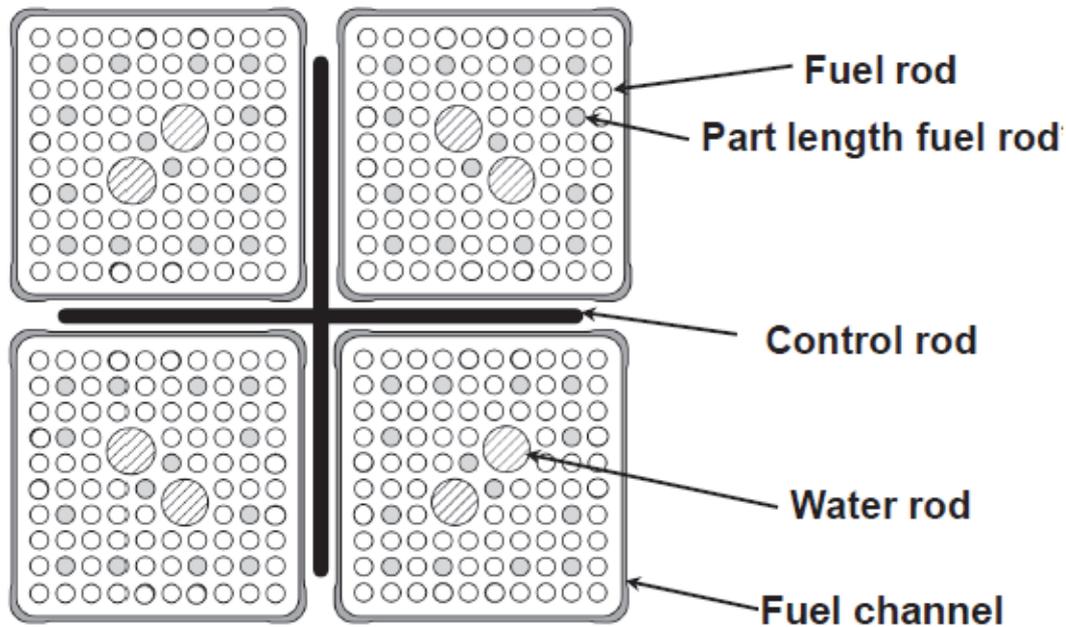


図 10-17 燃料棒配置の概略（10×10 型燃料集合体） [4]

【コラム】BWR 燃料集合体の特徴

本文で述べたように、BWR の燃料集合体には、外周を覆うチャンネルボックスが採用されており、また、1つの燃料集合体内で複数の異なる濃縮度の燃料棒を混在させて配置しているという特徴がある。BWR では、原子炉の運転中、炉心内で減速材が沸騰しているため、燃料に対する減速材の密度が小さくなる。減速材密度が小さくなると中性子の減速能力が低下してしまうため、チャンネルボックスやウォーターロッド（ウォーターチャンネル）を採用することで、燃料棒に触れ沸騰する減速材とは別に、非沸騰の減速材が流れる流路（領域）を確保している。これにより、燃料集合体内でも沸騰と非沸騰の減速材が混在することとなるため、減速材密度の非均質性が高く、減速材密度が高い領域付近では中性子が減速されやすく、減速材密度が小さい領域付近では中性子が減速されにくくなってしまい、燃料棒毎の出力に偏りが生じてしまう。そこで、燃料棒毎に異なる濃縮度を採用することで、燃料集合体内の燃料棒毎出力分布の適正化を図っている。PWR では減速材は沸騰していないため、BWR のような工夫は必要ない。なお、燃料集合体内に配置する燃料棒本数を増やし、燃料棒一本当たりの出力負担を減らした最近の BWR 燃料集合体では、減速材密度の高い領域および近辺にある燃料棒の濃縮度を逆に相対的に高めることで、より効率的に中性子を利用する工夫なども加えられている。

(3) 制御棒

BWR の制御棒は、中性子を吸収する反応度制御材を十字型に配列したものである。その概略を図 10-18 に示す。この十字型の制御棒は、炉心の周辺部を除き 4 体の燃料集合体ごとにその中央に配置される。反応度制御材としては、ボロンカーバイド (B_4C) や金属ハフニウム (Hf) などが用いられる。 B_4C は融点が高く、化学的に安定であり、比重も小さく、また比較的安価であることから制御棒として適切である。Hf は B よりも中性子吸収断面積は小さいが、中性子吸収反応によって生成する核種やその壊変核種の中性子吸収能力も大きいため、制御材としての寿命は長くなり、長期にわたり制御能力を保つことができる。制御棒は原子炉圧力容器の下方に取り付けられた制御棒駆動機構により炉心下部から挿入される。

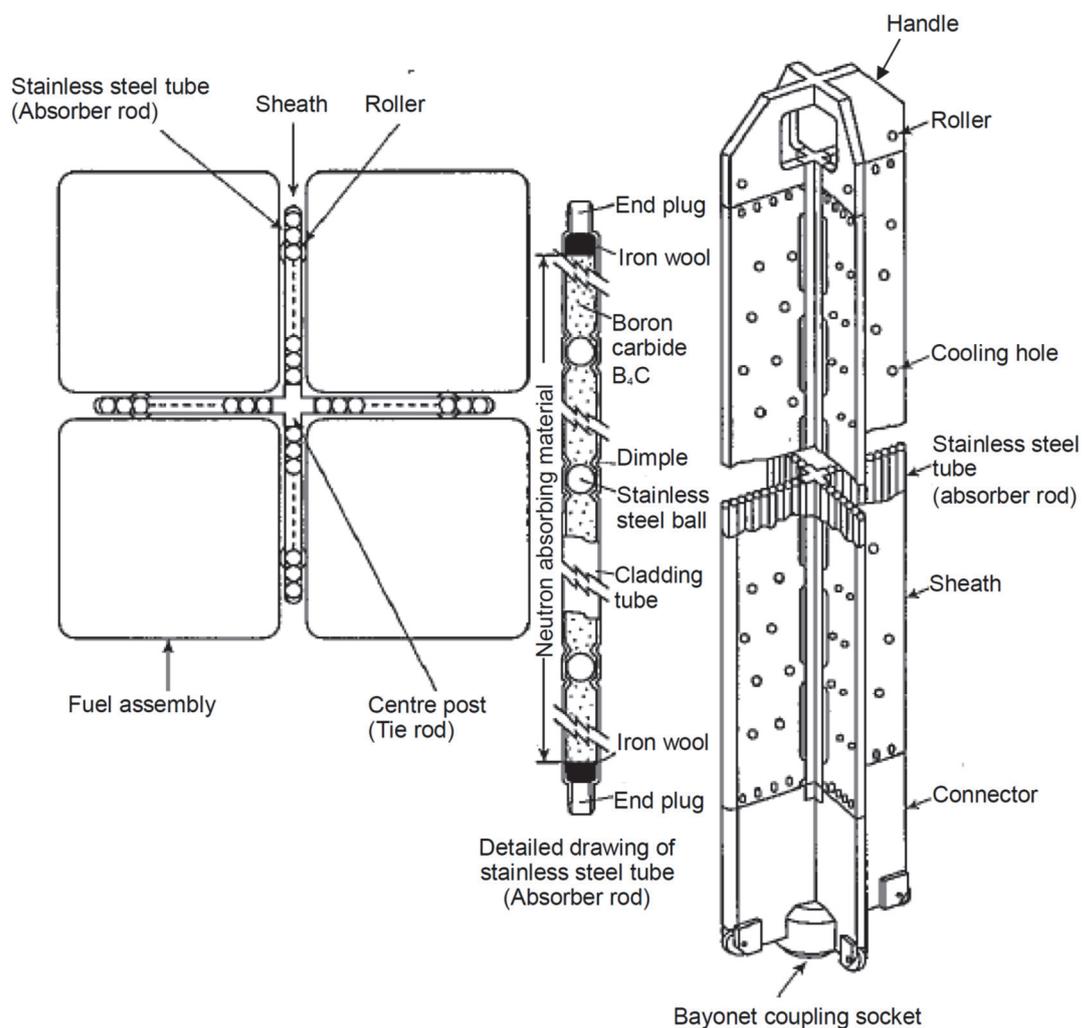


図 10-18 BWR 制御棒の概略 (B_4C タイプの例) [4]

【コラム】 BWR において制御棒が炉心下部から挿入されるのはなぜ？

PWR では、制御棒は炉心上部から挿入され、原子炉を緊急停止させる場合には、制御棒クラスタと制御棒駆動機構を接続している電磁石の電源を切ることにより、重力で制御棒を炉心に挿入する。従って、電源が喪失した場合は、自動的に制御棒が炉心に挿入されることになる。

一方、BWR では、制御棒は炉心下部から挿入されるため、重力により挿入することはできない（ただし、電源などの動力が喪失した場合は、自動的に制御棒が挿入される）。図 10-19 に示すように、BWR は炉心の上部に気水分離器や蒸気乾燥器などの複雑な構造物が存在するため、制御棒駆動機構を炉心上部に設置することがスペース的に困難である。また、BWR は、炉心内で水が沸騰するため、炉心上部ほど水の密度が小さい。そのため、中性子の減速が行われにくくなり、核分裂が起こりにくくなる特性がある。制御棒は、中性子が多数飛んでおり、核分裂がより多く起こっているところに挿入する方が効果的であるため、炉心上部より、炉心下部に挿入するほうが制御の面から効果的である。以上、二つの理由により、BWR では制御棒を下から挿入している。

(4) 原子炉圧力容器

BWR プラントにおける原子炉圧力容器内の構造の概略および圧力容器内の冷却材の流れの概略を、ABWR を例としてそれぞれ図 10-19 および図 10-20 に示す。BWR の**原子炉圧力容器 (reactor pressure vessel)** は、低合金鋼製の円筒型容器で、容器の上蓋はスタッドボルトとナットで圧力容器胴部に締め付けられる。原子炉圧力容器内には、燃料集合体と制御棒で構成される炉心を中心として、炉心上部には気水分離器・蒸気乾燥器などタービンに送り込む蒸気中の水分を除去して効率を向上するための設備、炉心下部には制御棒案内管・制御棒駆動ハウジングなど原子炉出力制御のための設備、炉心周囲には炉心を取り囲み冷却材流路を構成する炉心シュラウド、ジェットポンプ (ABWR では図 10-19 中の Reactor internal pump が該当) などがある。また、PWR とは異なり、BWR では原子炉圧力容器内に液相の自由表面がある。

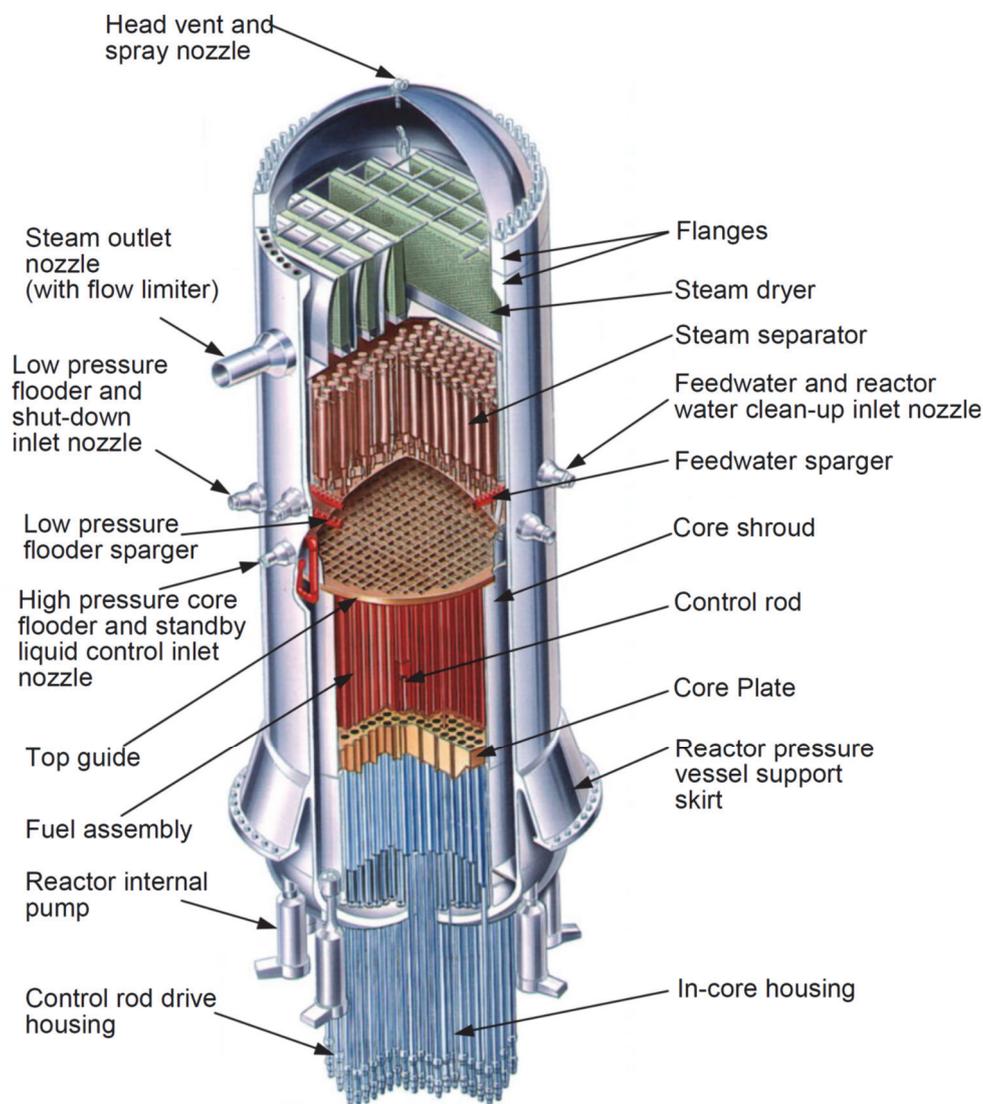


図 10-19 BWR 原子炉圧力容器内構造の概略 (ABWR の例) [4]

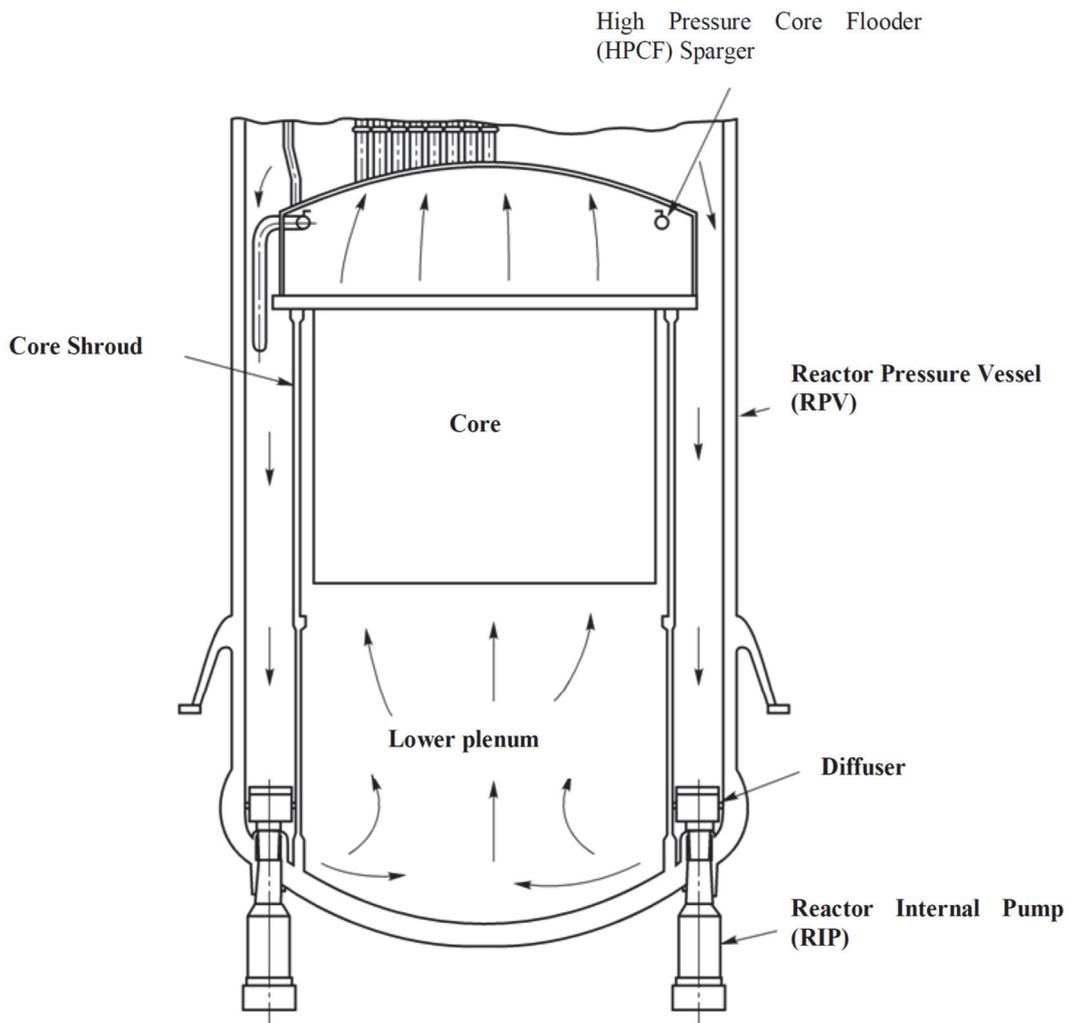


図 10-20 BWR 原子炉圧力容器内の冷却材の流れの概略（ABWR の例） [4]

(5) 気水分離器

炉心で発生した蒸気を直接タービンに送り込むのが BWR の特徴であり、蒸気から水分を除去しタービン効率を向上させるため、原子炉圧力容器内に**気水分離器 (separator)** と後述する蒸気乾燥器を設けている。気水分離器の概略を図 10-21 に示す。気水分離器は、可動部品のない軸流式で、上昇してきた気水混合物は静止翼で旋回流となり、遠心分離作用で水は外側、蒸気は内側に分離される。分離された水は、炉内に戻され、分離された蒸気は蒸気乾燥器に送られる。

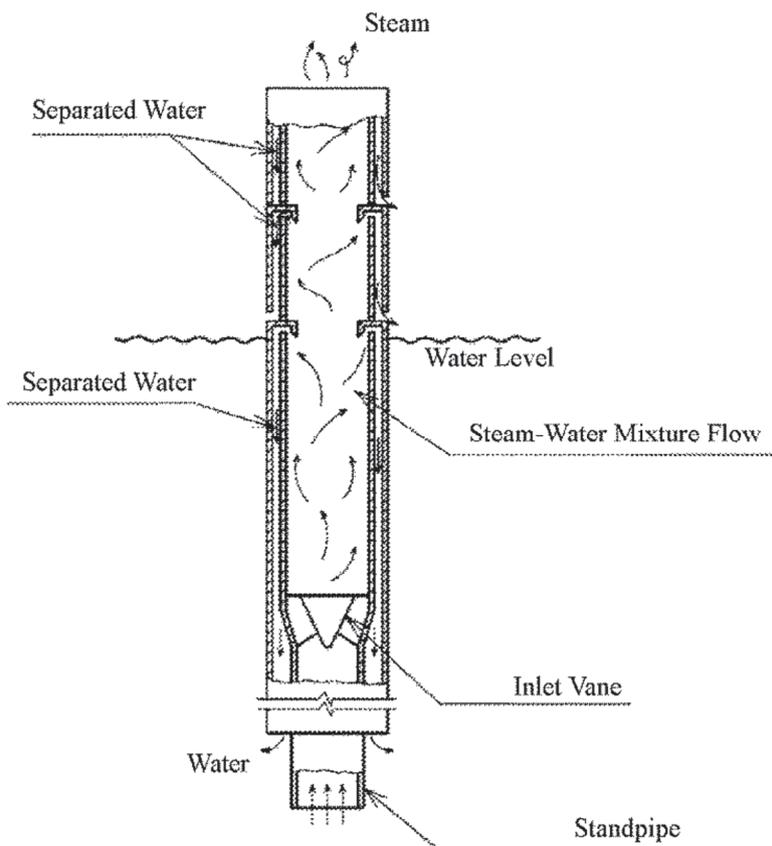


図 10-21 気水分離器の概略[4]

(6) 蒸気乾燥器

気水分離器から出てくる蒸気からさらに水分を取り除くため、気水分離器の上に**蒸気乾燥器（dryer）**のユニットが多数並列に並べられている。蒸気乾燥器の概略を図 10-22 に示す。蒸気乾燥器ユニットは沢山の波板を並べた構造であり、波板の間を通過する蒸気が方向を変えるたびに、波板にぶつかった水滴が波板の端に設けられた溝に集められ、ドレンとして蒸気から分離される。

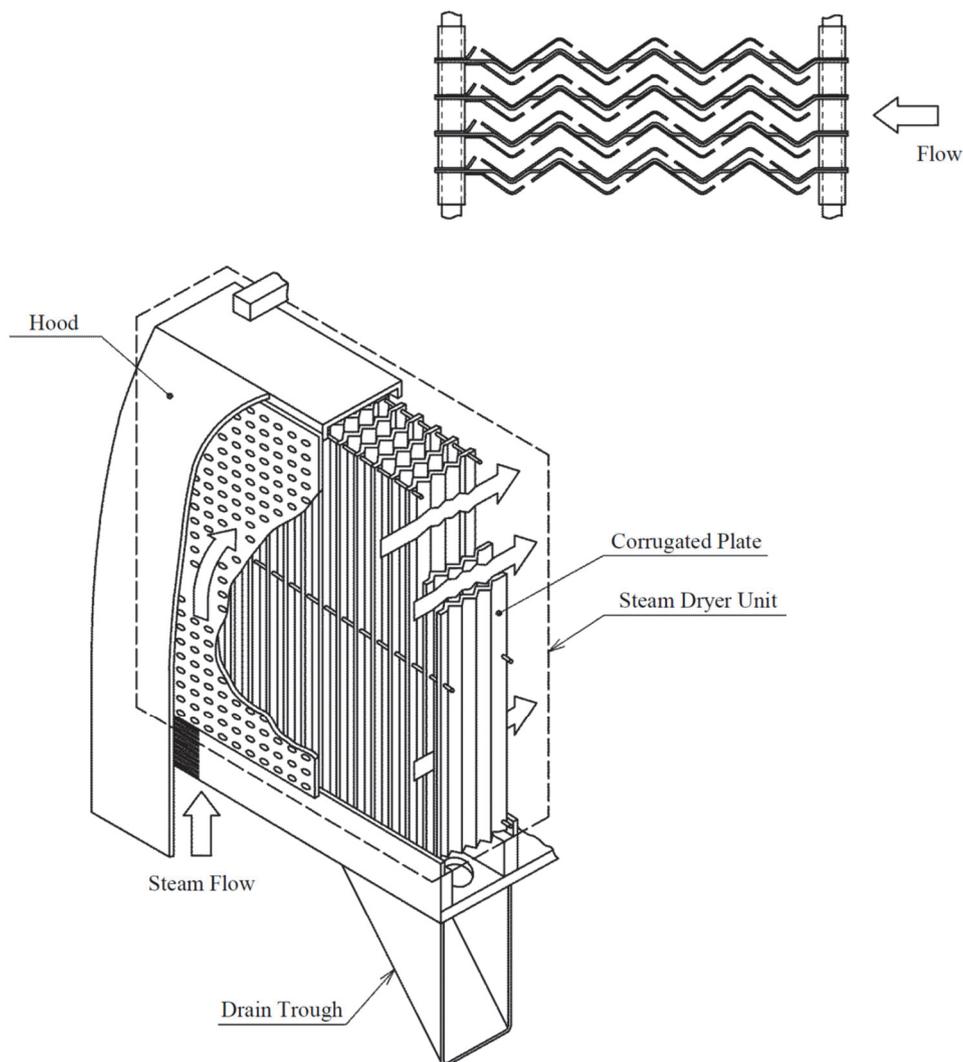


図 10-22 蒸気乾燥器の概略[4]

(7)再循環ポンプおよびジェットポンプ

再循環ポンプ (recirculation pump) は、炉心シュラウドと原子炉圧力容器の間を下降する冷却材の一部を取水・昇圧し、原子炉圧力容器内に設置した**ジェットポンプ (jet pump)** へ駆動水として供給する。再循環ポンプの回転数を調整することによって、炉心内の冷却材流量とボイド率を制御することができる。ジェットポンプはこの駆動水と直接吸引した冷却材を混合して炉心に送り込む。ジェットポンプと再循環ポンプを組み合わせることで、圧力容器外の再循環系へ取り出す冷却材流量を減らしている。なお、ABWR では、図 10-23 に示すような原子炉内蔵型再循環ポンプ (インターナルポンプ) の採用により、外部再循環ポンプや再循環系配管が不要となり、システムが簡素化された。

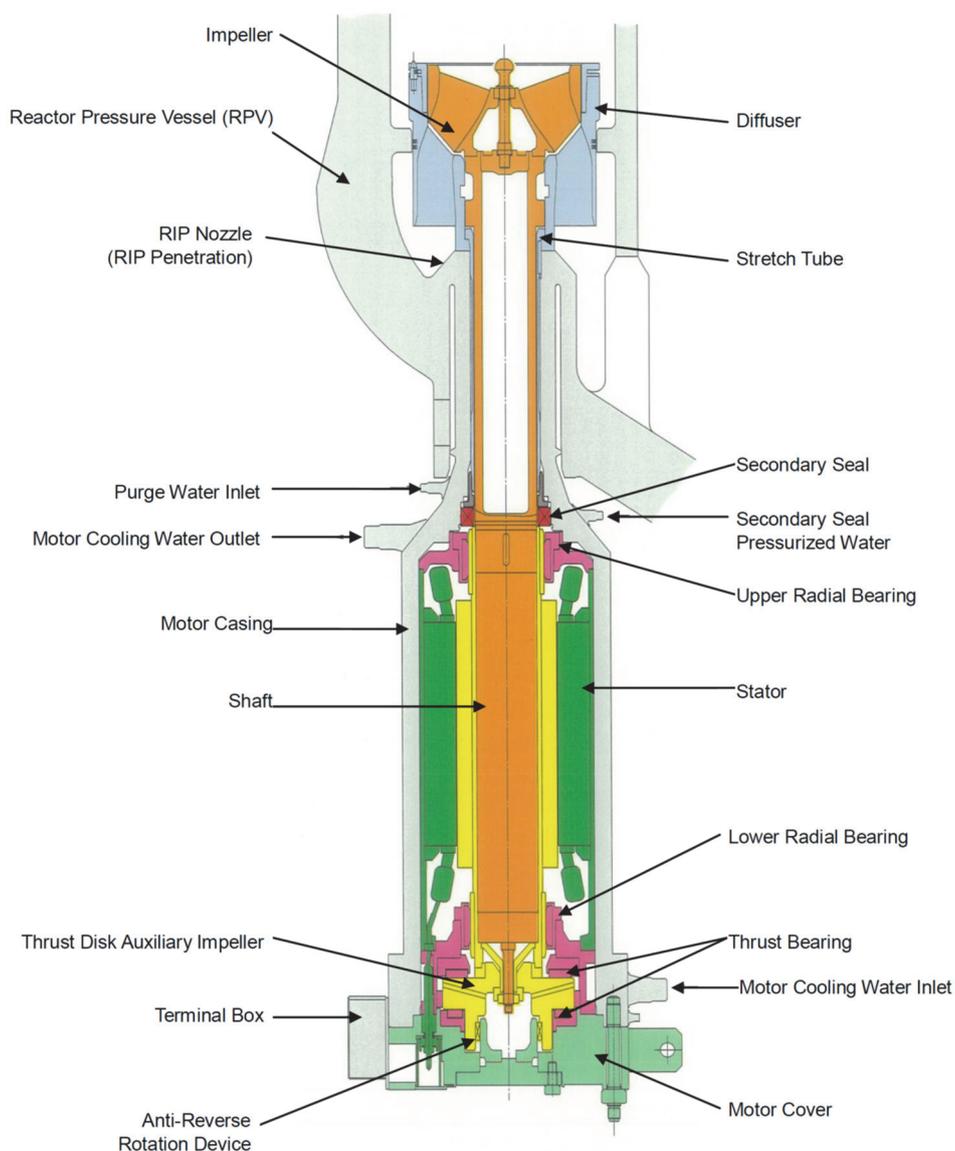


図 10-23 インターナルポンプの概略[4]

(8) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は、事故時に炉心から放射性物質が放出されたときに、それら放射性物質がプラント外部の環境へ放出されることを防止・抑制する役割を果たす。ABWR を例として原子炉格納容器の概略を図 10-24 に示す。原子炉格納容器は、原子炉圧力容器や冷却系の再循環ループなどを格納するドライウェルと、圧力抑制プールを保有する圧力抑制室（ウェットウェル）から構成され、ドライウェルと圧力抑制室はベント管で連結されている。冷却材喪失事故時、ドライウェル内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管を通して圧力抑制室内の圧力抑制プール水中に導かれ、ここで蒸気は冷却され凝縮する。これにより、原子炉格納容器内圧の上昇を効果的に抑制できる。

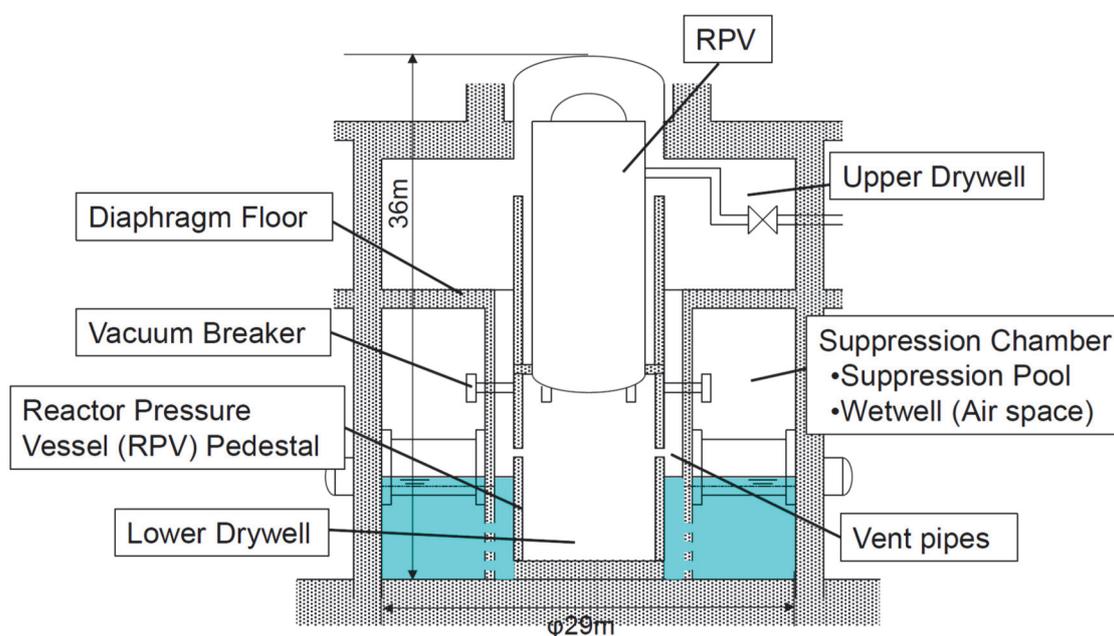


図 10-24 BWR 原子炉格納容器の概略（ABWR の例） [4]

(9) タービン設備

BWR におけるタービン設備の構成は基本的に PWR と同じであるが、BWR では、原子炉で発生した蒸気を直接蒸気タービンの駆動に使用する。また、タービンからの蒸気は復水器で凝縮した後、原子炉に戻される。タービンに供給される蒸気は放射性物質を含むため、タービン系統設備にも放射能レベルに応じた遮蔽対策が施される。

参考文献

- [1] Nuclear Technology Development and Economics, “Nuclear Energy Data 2018”, NEA #7416, OECD/NEA (2018).
- [2] 「原子力・エネルギー図面集」、一般財団法人 日本原子力文化財団.
- [3] “Design Control Document for the US-APWR”, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (2013).
- [4] “UK ABWR Generic Design Assessment, Pre-Construction Safety Report, Chapter11: Reactor Core,” “Chapter 12: Reactor Coolant Systems, Reactivity Control Systems and Associated Systems” および ”Chapter 13: Engineered Safety Features,” http://www.hitachi-hgne-uk-abwr.co.uk/gda_library.html, Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. (2017).

